

ОБОСНОВАНИЕ ПОКАЗАТЕЛЕЙ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

© 2011 г. В. И. Борисенко¹, А. А. Ключников¹, В. И. Пампуро²¹Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Киев²Институт геохимии окружающей среды НАН и МЧС Украины, Киев

Рассмотрены вопросы количественного определения показателей безопасности реакторных установок (РУ). Таким показателем безопасности в нормативных документах является оцененная частота повреждения активной зоны (ЧПАЗ), численные значения которой одинаковы для реакторов разных типов и мощности, а диапазон изменения более двух порядков. Предложен алгоритм определения показателей безопасности на основе конструктивных показателей безопасности РУ. Рассмотрен пример определения показателей безопасности РУ по удельной активности теплоносителя первого контура ВВЭР-1000.

Ключевые слова: реакторная установка, показатели безопасности, вероятностная модель события аварии, частота повреждения активной зоны, активность теплоносителя.

Современные нормативные требования содержат одинаковые требования по безопасности к реакторам различной мощности и даже различных типов [1] (например, частота повреждения активной зоны). Физически более обоснованным и логичным является подход, в котором требования по безопасности должны быть выше к реактору, в процессе эксплуатации которого накапливается большее количество радиоактивных веществ (РАВ). Именно количество РАВ в реакторе, степень их выхода при возможных авариях, определяет основной ущерб, наносимый населению и окружающей среде, и, следовательно, вносит основной вклад в показатели риска от аварии. Поэтому предлагаем рассмотреть подход к формированию требований по безопасности на основе конструктивных показателей безопасности АЭС.

Под конструктивными показателями безопасности АЭС понимаем такие, которые можно определить при проектировании и контролировать при эксплуатации АЭС, не требуя исходных статистических данных об аварии.

В соответствии с требованиями НТД в перечень работ по безопасности АЭС входит и вероятностный анализ безопасности (ВАБ), в котором принята вероятностная модель события аварии [1 - 5]. Гипотеза вероятностной модели аварии имеет методологические ограничения [6]. Как известно, вероятность события аварии есть математический образ частоты события аварии, когда в практике наблюдается статистическая устойчивость частоты (согласно теореме Бернулли) [7]. Иначе вероятность события аварии может использоваться как модель аварии только тогда, когда закономерно и многократно наступает авария на АЭС. Такая гипотеза имеет следующие противоречия:

во-первых, в принципе, даже теоретически, не должна рассматриваться устойчивость частоты аварии (повторение тяжелой аварии за время жизни одного поколения, надолго остановит развитие ядерной энергетики);

во-вторых, требование постоянства частоты аварии противоречит сути управления безопасностью АЭС, требующей исключения аварии из практики эксплуатации, а следовательно, и из теории обеспечения безопасности АЭС;

в-третьих, так как при гипотезе постоянства частоты аварии и ограниченном сроке службы АЭС, число аварий конечно, управление безопасностью АЭС является дискретным, что существенно ограничивает ее точность и надежность.

Погрешность вероятностной гипотезы аварии видна из следующего анализа. Так как авария может иметь место только в период эксплуатации АЭС, то случайное время аварии есть ограниченная случайная величина ξ , значения которой $x \in [0; \tau]$, где τ - срок эксплуатации АЭС. В соответствии с теорией вероятность наступления аварии за время срока службы АЭС

$$P \{ \xi \in [0; \tau] \} = \int_0^{\tau} \phi(x) dx = 1, \quad (1)$$

где $\phi(x)$ - плотность вероятности случайной величины ξ .

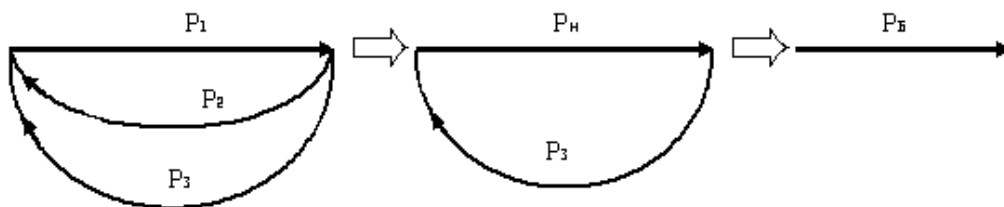
Следовательно, согласно вероятностной гипотезе аварии она теоретически неизбежна за время работы АЭС. На основе изложенного постулирование вероятностной гипотезы события аварии непригодно для конструктивного управления безопасностью АЭС с целью предотвращения аварии, так как при таком постулате авария становится статистически закономерной (теоретически неизбежной).

На практике управление безопасностью АЭС ведется в процессе работоспособного состояния АЭС с помощью подсистем предупреждения и защиты, на основании информации о контролируемых нормированных величинах [8]. В качестве примера такой величины (информационной переменной) Q_x рассмотрим активность теплоносителя в технологических контурах, допустимые значения которой q_x контролируются согласно условиям безопасной эксплуатации АЭС в соответствии с НТД и проектом [1, 12, 13]. Событие аварии $\theta_x = \{Q_x \geq q_x\}$ можно оценить с помощью вероятности превышения активности Q_x максимально допустимого значения q_x для разных x -условий функционирования АЭС: $P(\theta_x) = P(Q_x \geq q_x)$. С учетом изложенного простейшую модель анализа безопасности АЭС целесообразно записать в виде [8, 9]

$$P(Q_j \geq q_m) = R \cdot P(Q_i \leq h_m), \quad (2)$$

где Q_j - случайная информационная переменная, характеризующая активность выбросов; Q_i - случайная информационная переменная, характеризующая активность всей совокупности радионуклидов в реакторной установке (РУ); q_m - максимально допустимое значение активности выбросов; h_m - максимальное значение активности всей совокупности радионуклидов в РУ; R - показатель риска виртуальной аварии из-за отказов РУ и подсистем предупреждения и защиты от аварии.

Упрощенная схема управления безопасностью АЭС представлена в виде двухконтурной схемы управления на рисунке: 1-й контур состоит из управляемого элемента - РУ с вероятностью безопасности P_1 и подсистемы управления - подсистемы предупреждения с вероятностью надежности P_2 . Вероятность безопасности 1-го контура управления P_H , 2-й контур управления безопасностью содержит управляемый элемент - 1-й контур управления безопасностью с вероятностью безопасности P_H и подсистему управления - подсистему защиты с вероятностью надежности P_3 .



Двухконтурная схема управления энергоблоком АЭС.

Из выражения (2) следует, что оценку показателя риска аварии R можно найти, используя информацию о вероятностях активности выбросов и активности РАВ в РУ. В условиях отсутствия статистических данных, согласно максимальной энтропии, случайные информационные переменные Q_j и Q_i полагаем распределенными по равномерному закону.

Если величина q_m равна максимально допустимому значению удельной активности, установленному в НТД (проекте), то максимально допустимое значение показателя риска виртуальной аварии из-за отказа системы предупреждения аварий

$$R_{Д} = \frac{q_m}{h_m}. \quad (3)$$

Используя максимально допустимое значение по формуле (6), можно оценить связь значения показателя безопасности АЭС $P_{Д} = (1 - R_{Д})$ с вероятностью безопасности РУ P_1 , вероятностью надежности подсистемы предупреждения аварии P_2 и вероятностью надежности подсистемы защиты P_3 . В условиях, когда отсутствуют статистические данные, требуемое значение вероятности безопасности РУ P_1 можно оценить через максимально допустимое значение активности, которое согласно НТД предъявляется для нормальных (безаварийных) условий эксплуатации АЭС (без действия подсистем предупреждения и защиты от аварии):

$$P(Q_j \leq q_H) = P_1 \cdot P(Q_i \leq h_H), \quad (4)$$

где q_H - максимально допустимое значение активности теплоносителя для нормальной эксплуатации (без действия подсистем предупреждения и защиты от аварии); h_H - максимальное значение активности теплоносителя для нормальной эксплуатации (без действия подсистем предупреждения и защиты от аварии). Согласно формуле (4) оценка показателя риска АЭС из-за аварии 1-го технологического контура РУ для нормальных условий ее эксплуатации $R_1 = (1 - P_1)$ удовлетворяет условию $P(Q_j \geq q_H) = R_1 \cdot P(Q_i \leq h_H)$. Согласно последним выражениям вероятность безопасности первого технологического контура РУ

$$P_1 = 1 - R_1 = 1 - q_H / h_H. \quad (5)$$

Максимально допустимое значение эксплуатационного риска возможной аварии $R_{ДЭ} = (1 - P_H)$ при отказе 1-го контура управления безопасностью с учетом формулы (3)

$$R_{ДЭ} = (1 - P_H) = q_{Э} / h_{Э}, \quad (6)$$

где $q_{Э}$ - максимальное значение допустимой активности теплоносителя при достижении эксплуатационного предела при отказе 1-го контура управления безопасностью; $h_{Э}$ - максимальное значение активности, которое может попасть в теплоноситель при достижении эксплуатационного предела при отказе 1-го контура управления безопасностью. Вероятность безопасности РУ совместно с 1-м контуром управления безопасностью

$$P_H = P_1 / [1 - P_2(1 - P_1)], \quad (7)$$

откуда требуемое значение вероятности надежности подсистемы предупреждения аварии

$$P_2 = (P_H - P_1) / P_H(1 - P_1). \quad (8)$$

Максимально допустимое значение показателя виртуальной аварии для предела эксплуатационной безопасности АЭС (с учетом вероятности отказа 1-го и 2-го контуров управления безопасностью) $R_{ДБ} = q_B / h_B$, где q_B - максимальное значение допустимой активности теплоносителя; h_B - максимальное значение активности при достижении предела безопасной эксплуатации.

Вероятность безопасности для двухконтурного управления безопасностью АЭС

$$P_B = (1 - R_{ДБ}) = P_H / [1 - P_3(1 - P_H)]. \quad (9)$$

Зная значения вероятностей $R_{ДБ}$ и P_H по формуле (9), находим требование к показателю надежности подсистемы защиты от аварии

$$P_3 = (P_B - P_H) / P_B(1 - P_H). \quad (10)$$

С целью наглядности полученных аналитических результатов покажем их применение на конкретном простом примере анализа безопасности АЭС. При рассмотрении ВВЭР наибольший интерес представляет удельная и суммарная активности теплоносителя 1-го контура. Степень повреждения оболочки твэла определяет интенсивность поступления продуктов деления из-под оболочки твэла в теплоноситель. В нормативных документах содержатся требования по граничным величинам повреждения твэла. Так, в соответствии с [12]:

эксплуатационный предел повреждения твэлов за счет образования микротрещин с дефектами типа газовой неплотности оболочки не должен превышать 0,2 % твэлов и 0,02 % твэлов при прямом контакте ядерного топлива с теплоносителем;

предел безопасной эксплуатации по количеству и величине дефектов твэлов составляет 1 % твэлов с дефектами типа газовой неплотности и 0,1 % твэлов, для которых имеет место прямой контакт теплоносителя и ядерного топлива.

По этим пунктам НТД в соответствии с проектом [13] реализован оперативный контроль герметичности оболочек твэлов по общей удельной радиоактивности теплоносителя:

при герметичных оболочках твэлов общая удельная активность теплоносителя составляет $1,1 \cdot 10^6 - 3,7 \cdot 10^6$ Бк/дм³;

эксплуатационным пределом работы реакторной установки по суммарной удельной активности радионуклидов йода в теплоносителе 1-го контура является величина $3,7 \cdot 10^7$ Бк/дм³ . . . ;

пределом безопасной эксплуатации реакторной установки по суммарной удельной активности радионуклидов йода в теплоносителе 1-го контура является величина $1,85 \cdot 10^8$ Бк/дм³

За активностью теплоносителя ведется непрерывный технологический контроль и принимается решение о возможности дальнейшей безопасной эксплуатации РУ.

В соответствии с введенными обозначениями максимально допустимые удельные активности для различных режимов работы обозначим $q_{i(y\delta)}$ (табл. 1)

Таблица 1

Режим работы РУ	Показатель	Суммарная удельная активность радионуклидов йода, Бк/дм ³
Нормальный	$q_H(y\delta)$	$1,1 \cdot 10^6 - 3,7 \cdot 10^6$
Эксплуатационный предел	$q_{Э}(y\delta)$	$3,7 \cdot 10^7$
Предел безопасной эксплуатации	$q_B(y\delta)$	$1,85 \cdot 10^8$

Удельная активность топлива зависит от многих факторов, среди которых удельная мощность и продолжительность работы топлива в активной зоне (степень выгорания) будут определяющими. Максимально возможная активность топлива будет достигнута в конце топливной кампании при работе на номинальном уровне мощности. Оценим эту величину для топлива ВВЭР-1000.

Количество накопленного радионуклида может быть рассчитано для любого момента работы и/или останова реактора, в соответствии с формулой

$$\frac{dA_i}{dt} = -\lambda_i A_i + Q(t)\chi_i - A_i \sigma_i \psi + \sum_k \lambda_k A_k, \quad (11)$$

где все обозначения общепринятые.

Определим по формуле (11) максимальную равновесную активность изотопов йода при работе реактора ВВЭР-1000 на номинальной мощности (табл. 2).

Таким образом, максимальная суммарная активность изотопов йода в топливе ВВЭР-1000 составляет $h_m \approx 1,9 \cdot 10^{19}$ Бк.

Таблица 2

Параметр	^{131}I	^{132}I	^{133}I	^{135}I
Постоянная распада λ , с^{-1}	$9,98 \cdot 10^{-7}$	$8,44 \cdot 10^{-5}$	$9,26 \cdot 10^{-6}$	$2,91 \cdot 10^{-5}$
Выход на акт деления χ , доля	0,0288	0,043	0,067	0,0655
Суммарное количество А, атомов	$2,68 \cdot 10^{24}$	$4,74 \cdot 10^{22}$	$6,73 \cdot 10^{23}$	$2,10 \cdot 10^{23}$
Активность, Бк	$2,68 \cdot 10^{18}$	$4,00 \cdot 10^{18}$	$6,23 \cdot 10^{18}$	$6,09 \cdot 10^{18}$

Выход продуктов деления из топлива зависит от сценария аварии (достигнутые температуры, степень разрушения твэлов и др.). Для разных изотопов (газообразных, твердых и др.) доля выхода продуктов деления варьируется от 100 % для газообразных и примерно до 1 % для «твердых». Для эксплуатационных режимов работы примем (для проведения оценки), что доля йода, вышедшего из топлива и находящегося под оболочкой твэла, составляет 10 % (измерения в условиях нормальной эксплуатации дают значение 1-2 %).

Определим в соответствии с данными табл. 1, какая предельная активность может «накопиться» в теплоносителе 1-го контура при условии штатной работы систем спецводоочистки. Объем теплоносителя 1-го контура ВВЭР-1000 составляет $V_1 \sim 300 \text{ м}^3$. Для случая предельно допустимой удельной активности по радиоизотопам йода $q_{B(y\delta)} = 1,85 \cdot 10^8 \text{ Бк/дм}^3$ находим максимальную суммарную по радиоизотопам йода активность теплоносителя 1-го контура

$$q_{B(y\delta)} = q_{B(y\delta)} \cdot V_1 = 1,85 \cdot 10^8 \text{ Бк/дм}^3 \cdot 3,0 \cdot 10^5 \text{ дм}^3 \approx 5,55 \cdot 10^{13} \text{ Бк.}$$

Согласно формуле (6) для $q_m = 5,55 \cdot 10^{13} \text{ Бк}$ и $h_m = 1,9 \cdot 10^{19} \text{ Бк}$ максимально допустимое значение показателя риска виртуальной аварии для учета подсистем предупреждения и защиты от аварии

$$R_d = \frac{q_m}{h_m} = \frac{5,55 \cdot 10^{13}}{1,9 \cdot 10^{19}} = 2,92 \cdot 10^{-6}.$$

Определим значения вероятностей P_1 , P_2 и P_3 для следующих условий:

1) $q_B = 5,55 \cdot 10^{13} \text{ Бк}$; $h_B = 1,9 \cdot 10^{19} \text{ Бк}$ - максимальное значение активности, когда возможен выход всей активности из топлива;

2) $q_{\text{Э}} = q_{\text{Э}(y\delta)} \cdot V_1 = 1,11 \cdot 10^{13} \text{ Бк}$; $h_{\text{Э}}$ - максимальное значение активности, которое может попасть в теплоноситель при достижении эксплуатационного предела

$$h_{\text{Э}} = a_1 \cdot a_2 \cdot h_B = 0,1 \cdot 0,0002 \cdot 1,9 \cdot 10^{19} \text{ Бк} = 3,8 \cdot 10^{14} \text{ Бк},$$

где $a_1 = 0,1$ - доля йода находящегося под оболочкой твэла от общего количества йода в топливе (оценочное значение см. выше); $a_2 = 0,0002$ - доля твэлов, имеющих прямой контакт топлива с теплоносителем [13];

3) $q_H = q_{H(y\delta)} \cdot V_1 = 1,11 \cdot 10^{12} \text{ Бк}$; h_H - максимальное значение активности, которое может попасть в теплоноситель при нормальной эксплуатации

$$h_H = a_3 \cdot h_{\text{Э}} = 0,01 \cdot 3,8 \cdot 10^{14} = 3,8 \cdot 10^{12} \text{ Бк},$$

где $a_3 = 0,01$ - доля твэлов, имеющих прямой контакт топлива с теплоносителем для нормальной эксплуатации по отношению к показателю для эксплуатационного предела (оценочное значение).

В соответствии с формулами (5), (8), (11) находим значения вероятностей безопасности и надежности:

$$P_1 = 0,7079 \text{ - показатель безопасности РУ;}$$

$$P_2 = 0,9271 \text{ - показатель надежности подсистемы предупреждения аварии на РУ;}$$

$$P_3 = 0,9999 \text{ - показатель надежности подсистемы защиты от аварии на РУ.}$$

Для других значений параметров a_1 и a_3 показатели надежности P_1, P_2, P_3 могут быть также определены.

Анализ полученных показателей позволяет заключить, что показатели надежности РУ, подсистем предупреждения аварии и подсистем защиты от аварии зависят от таких показателей:

- общего количества накопленных в топливе продуктов деления;
- доли продуктов деления вышедших из топлива под оболочку ТВЭЛА;
- доли дефектных ТВЭЛОВ, имеющих прямой контакт топлива с теплоносителем.

Таким образом, получено подтверждение, высказанного ранее предположения, что требования по безопасности должны быть выше к РУ с большей мощностью или с большим количеством топлива.

Обратим внимание, что может быть решена и обратная задача: зная технически достижимые значения вероятностей безопасности и надежности элементов энергоблока АЭС P_1, P_2, P_3 , а также известные из практики значения a_1 и a_3 , может быть обосновано выбрано значение доли ТВЭЛОВ, имеющих прямой контакт топлива с теплоносителем a_2 , предельное значения которого определено в ПБЯ [12].

Изложенный подход к оценке виртуальной аварии может быть основой для разработки соответствующей НТД по конструктивному управлению безопасностью АЭС, исключающий статистическую закономерность аварии.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Загальні положення забезпечення безпеки атомних станцій*. НП 306.2.141-2008.
2. *Хенли Э.Д., Кумато Х.* Надежность технических систем и оценка риска. - М.: Машиностроение, 1979. - 528 с.
3. *Уивер Л.* Риск от аварии на АЭС с легководяными реакторами / Безопасность ядерной энергетики. - М.: Атомиздат, 1980. - С. 114 - 133.
4. *Вероятностный анализ безопасности атомных станций. Методика выполнения* / Ю. В. Швыряев, А.Ф.Барсуков, Л.В.Векслер - М: Ядерное общество, 1992. - 264 с.
5. *Острейковский В.А., Швыряев Ю.В.* Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ / М.: Физматлит, 2008. - 352 с.
6. *Пампуро В.И.* Максимальная безопасность при минимуме возможных затрат // Доп. НАН України. - 2006. - № 5. - С. 185 - 190.
7. *Вентцель Е.С.* Теория вероятностей. - М.: Наука, 1969. - 576 с.
8. *Пампуро В.И.* Структурная информационная теория надежности систем. - К.: Наук. думка, 1992. - 324 с.
9. *Пампуро В.И.* Управление безопасностью объектов атомной энергетики согласно концепции виртуальной аварии // Доп. НАН України. - 2007. - № 11. - С. 180 - 185.
10. *Pampuro V.I., Borisenko V.I.* Management of Individual Ecological Safety of Potentially Hazardous Object. – The third American Nuclear International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human-Machine Interface Technologies (NPIC & NMIT 2000), November 13 - 17, 2000. - Washington, D.C. -P. 707 - 722.
11. *Шестопалов В.М., Пампуро В.И., Шибецкий Ю.А.* Проблемы оптимального управления безопасностью геологического захоронения радиоактивных отходов. - К.: НАНУ, 2008. - 171 с.
12. *Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском*. НП 306.2.145-2008.
13. *Окончательный отчет по анализу безопасности / Хмельницкая АЭС. Энергоблок № 2. Т. 16. Гл. 16. Пределы и условия безопасной эксплуатации.* 43-923.203.254.ОБ.16.ред. 2.ф. - 2005.

ОБГРУНТУВАННЯ ПОКАЗНИКІВ БЕЗПЕКИ АЕС

В. І. Борисенко, О. О. Ключников, В. І. Пампуро

Розглянуто питання кількісного визначення показників безпеки реакторних установок (РУ). Таким показником безпеки в нормативних документах є оцінено частоту пошкодження активної зони (ЧПАЗ), чисельні значення якої однакові для реакторів різних типів і потужності, а діапазон зміни

більше двох порядків. Запропоновано алгоритм визначення показників безпеки на основі конструктивних показників безпеки РУ. Розглянуто приклад визначення показників безпеки РУ по питомій активності теплоносія першого контуру ВВЕР-1000.

Ключові слова: реакторна установка, показники безпеки, імовірнісна модель події аварії, частота пошкодження активної зони, активність теплоносія.

BACKGROUND OF NPP SAFETY PARAMETERS

V. I. Borysenko, O. O. Klyuchnykov, V. I. Pampuro

The paper discusses issues of quantitative determination of safety parameters of reactor units (RU). Such an indicator safety regulations is estimated core damage frequency, the numerical values which are the same for different types of reactors and power, and the range of more than two orders of magnitude. This paper presents an algorithm for determining safety performance through constructive safety parameters of RU. An example of the determination of NPP safety parameters on the specific activity of the primary coolant of WWER-1000.

Keywords: reactor unit, safety parameters, probabilistic model of the accident events, the core damage frequency, the coolant activity.

Поступила в редакцію 08.12.10